ESTADO ACTUAL DEL SISTEMA DE CALCULO FÍSICO-NEUTRÓNICO PARA LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR EN LOS REACTORES VVER-440 DE LA CEN JURAGUÁ.

Carlos R. García Hernández* y Daniel Milián**

*Instituto Superior de Ciencias y Tecnología Nucleares, ISCTN
Ave. Salvador Allende y Luaces, Quinta de los Molinos
Plaza de la Revolución, Ciudad de la Habana, Cuba

**Centro de Tecnología Nuclear, CTN
Agencia de Energía Nuclear
La Habana, Cuba

RESUMEN

En el trabajo se presentan los avances obtenidos en Cuba en materia de cálculo físico-neutrónico para resolver la tarea de gestión del combustible en el núcleo de los reactores VVER-440 de la Central Electronuclear (CEN) de Juraguá.

Se exponen las características principales de los códigos que conforman el sistema de cálculo disponible en Cuba, para cumplir las diferentes etapas del cálculo físico-neutrónico; las tareas de validación de códigos realizados con el fin de determinar la exactitud de los parámetros físicos calculados, a partir de la comparación de los resultados de cálculo con datos de explotación de Centrales Electronucleares (CEN) con reactores del tipo VVER-440; y los trabajos ejecutados para la elaboración del Informe Preliminar de Seguridad en la parte de los cálculos físicos del núcleo del reactor VVER-440 de la CEN de Juraguá, necesario para el otorgamiento del Autorizo General por parte del Órgano Regulador Nuclear Cubano, para la reanudación de la construcción.

I. INTRODUCCIÓN

La CEN de Juraguá [1], consta de dos unidades con reactores tipo VVER-440 (PWR) modelo B-318 (antisísmico), de fabricación rusa, cuyos datos técnicos fundamentales estan contenidos en la Tabla 1.

La situación actual y perspectivas del proyecto son las siguientes, la construcción de la CEN fue paralizada temporalmente en 1992, debido a cambios en las condiciones económicas para la colaboración comercial del país suministrador, aunque ha sido garantizado por el mismo el financiamiento para la conservación. Se acordó la conveniencia de crear una asociación económica para financiar la conclusión de la construcción de la CEN Juraguá donde intervengan terceros socios. Además se firmó un contrato con varias firmas occidentales para la realización de un Estudio de Factibilidad Técnico Económica para el completamiento de la CEN Juraguá donde también participaron las partes rusa y cubana. Dicho estudio concluyó en el año 1995 con resultados satisfactorios, quedando pendiente aún la formación de la asociación económica.

TABLA 1. Datos técnicos de la CEN Juraguá.

Potencia Térmica .	1375 Mw.
Potencia Eléctrica Bruta	417 Mw.
Eficiencia.	30 %.
Conjuntos Combustibles (hexagonales)	349
Conjuntos del Sistema de Protección y Control (Absorbentes)	37
Carga Combustible	41.6 tn.
Lazos del esquema térmico	6
Generadores de Vapor (horizontales)	6
Bombas Principales de Circulación.	6
N^{o} y Potencia de los Turbogeneradores	2 (220 Mw)

II. ANTECEDENTES DEL SISTEMA ACTUAL DE CÁLCULO FÍSICO-NEUTRÓNICO PARA LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE EN LA CEN JURAGUÁ.

Los antecedentes de estos trabajos en Cuba datan del año 1981 cuando se comenzó a calcular para reproducir la información de proyecto de la CEN de Kosloduy primero y Juraguá después. Los trabajos principales en este sentido fueron realizados en el marco de un proyecto de investigación y desarrollo (1986-1988) donde se investigaron los parámetros de la seguridad nuclear y de la optimización del combustible de los reactores VVER-440 de la CEN de Juraguá. Los resultados de dicho proyecto permitieron realizar una verificación detallada de la información presentada por el suministrador en el Proyecto Técnico de la CEN de Juraguá y además se investigaron las características físico-neutrónica (CFN) de las cargas combustibles allí propuestas. También se investigaron nuevas cargas combustibles del tipo de patrones de bajas fugas neutrónicas. Hasta ese momento los trabajos de cálculo de CFN se realizaron empleando códigos obtenidos de la biblioteca de programas del Colectivo Temporal Internacional para el Estudio de los Problemas de la Física de los reactores VVER (CTI) soportados en computadoras del tipo "mainframe".

A partir de ese momento se encaminaron los esfuerzos hacia el desarrollo, completamiento, verificación y validación de un paquete de códigos de cálculo, soportados en computadoras personales (PC) que permita la ejecución de los cálculos físico-neutrónico en todas sus etapas con una exactitud y confiabilidad aceptables para enfrentar el proceso de licenciamiento de la CEN de Juraguá y la confección del Informe Preliminar de Seguridad.

III. SISTEMA ACTUAL DE CÓDIGOS PARA LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE

El sistema está formado por códigos que permiten realizar los análisis nucleares de los reactores VVER-440. Comienza con la generación y procesamiento de bibliotecas de constantes de grupo y concluye con la simulación estática tri y bidimensional del trabajo y los análisis dinámicos del reactor. Los códigos están soportados en el superlenguaje FORTRAN-77 estándar y puestos a punto en máquinas computadoras personales. Se han desarrollado un conjunto de módulos interfaces para la transferencia de ficheros, lo cual garantiza la automatización de los cálculos. Otros módulos se utilizan para . el post-procesamiento de los resultados del cálculo global del reactor. En la Fig. 1 se muestra el esquema de las etapas y códigos empleados en el sistema de cálculo.

El código PREWIMS-VVER [2], prepara los datos de entrada del código WIMS-D/4, y fue desarrollado a partir del MARÍA SYSTEM, considerando las particularidades del núcleo de los reactores VVER-440. El código WIMS-D/4 genera las bibliotecas de secciones eficaces a pocos grupos, utilizando la biblioteca de 69 grupos y 101 elementos.

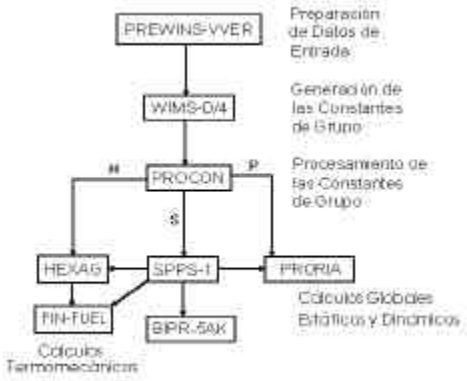

FIGURA 1. Esquema del sistema de códigos de cálculo.

El sistema PROCON(S,H,P), es un conjunto de códigos procesadores que sirve de enlace entre las bibliotecas de constantes de grupo, generadas por el WIMS-D/4 y la correspondiente entrada de coeficientes para las funciones polinomiales que caracterizan los diferentes efectos de reactividad en las propiedades multiplicativas del núcleo del reactor y que necesitan los códigos estáticos y dinámico para realizar los cálculos.

Para la simulación estática tridimensional se emplean los códigos SPPS-1 [3] y BIPR-5AK [4], los cuales se fundamentan en la aproximación de la difusión de un grupo y medio, y utilizan un esquema de cálculo en diferencias finitas de red gruesa en geometría hexagonal. El programa SPPS-1 emplea la aproximación de Borresen para la solución del esquema en diferencias.

El programa HEXAG es un código basado en la aproximación de la difusión de dos grupos, y utiliza un esquema de diferencias finitas de red fina triangular (geometría hexagonal) en dos dimensiones. Se emplea para la determinación de la distribución de potencia por elemento combustible en diferentes estados de trabajo del núcleo del reactor [5].

El código PRORIA se emplea para el análisis de accidentes inducidos de reactividad en reactores del tipo PWR. Pueden analizarse con él las respuestas de transitorios en el núcleo, debido a incrementos de reactividad causados por el movimiento de las barras de control. La parte neutrónica se basa en la solución de la ecuación de difusión dependiente del tiempo y el espacio en dos dimensiones y a dos grupos energéticos con retroalimentación por temperatura. También resuelve las ecuaciones termohidráulicas para el refrigerante en canales paralelos múltiples. Aplica la ecuación de la conducción del calor en la pastilla, la holgura y la envoltura, así como la dinámica del fluido es descrita por un modelo no homogéneo, en desequilibrio y flujo bifásico basado en la partición de la energía entre las dos fases.

Para la modelación del comportamiento termomecánico del combustible de los reactores VVER en condiciones operacionales se desarrolló el sistema PIN-FUEL a partir del código PIN-MICRO, adquirido del NEA-DATA-BANK, al cual le fue modificada la entrada-salida

para acoplarlo con el sistema FUEL, desarrollado en MS Access 2.0, que permite automatizar el pre y post-procesamiento de la información. Se necesita como información de entrada para los cálculos termomecánicos con el código PIN-MICRO la composición material y las características geométricas e hidráulicas del elemento combustible y del canal reportadas por proyecto y la historia operacional obtenida de los cálculos globales de difusión con los códigos SPPS-1 y HEXAG.

Para la determinación de las fuentes de fisión que se emplean en los cálculos de fluencia de neutrones rápidos a la vasija del reactor se usa el código FSG.

Adicionalmente para la realización de los cálculos físico-neutrónicos globales se cuenta con otros códigos adquiridos a través de la biblioteca de programas del CTI, algunos de ellos han sido modificados y creado sus respectivas versiones en PC. Entre los más importantes están:

BIPR-6 y BIPR-7. Son simuladores estáticos tridimensionales, que se basan en la aproximación de difusión de dos grupos, y que emplean una red gruesa con un molde con 7 puntos por conjunto combustible en el plano y 10 puntos por la altura. Para tener en cuenta la fuga de neutrones térmicos a través de la frontera del conjunto combustible aplica la llamada aproximación de dos semiespacios.

DERAB II E y HEXAB2DB. Realizan el cálculo bidimensional del microcampo de la liberación de energía del conjunto combustible del reactor VVER. Se fundamenta en la aproximación de difusión de dos grupos.

IV. VALIDACIÓN DEL SISTEMA DE CÓDIGOS

Es una práctica actual validar al sistema código-usuario y no al código de forma aislada. Bajo este concepto se han realizado en Cuba diferentes trabajos en esta dirección. Los más importantes tuvieron lugar a través de la participación del programa coordinado del OIEA "Validación de paquetes de programas para la gestión del combustible en el núcleo de los reactores", y mediante la colaboración con otras organizaciones dentro del marco del CTI.

Como resultado de las tareas resueltas se han comparado los cálculos realizados con el sistema de códigos empleados, con datos experimentales de conjuntos críticos, con datos de explotación de las centrales de Kosloduy (Bulgaria) y Loviisa (Finlandia) y con los resultados de cálculo de otros códigos ya validados.

Dentro de los trabajos más importantes de validación se encuentran la resolución de la tarea de prueba con carga combustible standard del reactor Loviisa 1 (ciclos 1, 2 y 3) con los simuladores estáticos SPPS-1, BIPR-6 y BIPR-7. La resolución de la tarea de prueba de los 6 primeros ciclos de segundo bloque de la CEN de Kosloduy con el programa SPPS-1 y la resolución de la tarea de prueba sobre cargas de bajas fugas de la CEN de Loviisa (ciclo 11 y 8 de los bloques 1 y 2 respectivamente) con los códigos SPPS-1 y BIPR-6.

A partir de 1989 los trabajos de validación y verificación de los códigos de cálculo se enfocaron al proceso de conversión de los códigos utilizados de máquinas computadoras del tipo "mainframe" a PC.

La Fig. 2 muestra la comparación entre las distribuciones de potencia calculada con el simulador SPPS-1 y medida, para el comienzo del primer ciclo de LOVIISA-1.

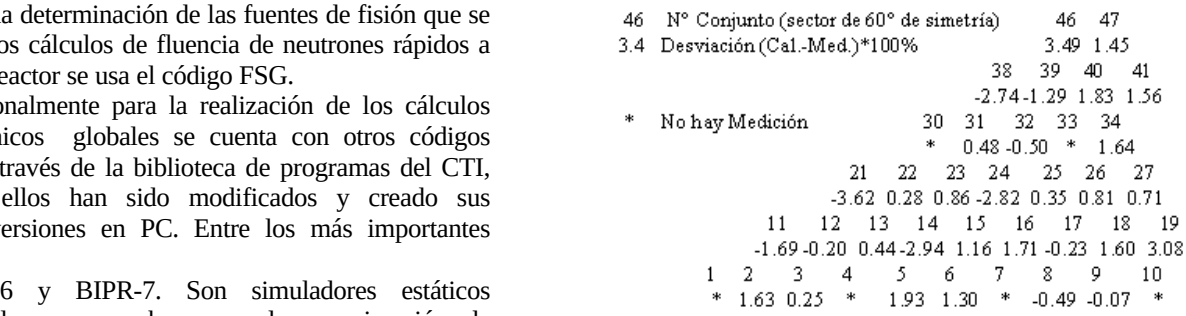

FIGURA 2. Desviaciones absolutas para BOC1 LOVIISA-1. SPPS-1.

La Fig. 3 muestra la comparación entre las distribuciones de potencia calculada con el simulador SPPS-1 y medida, para el comienzo del ciclo 8 de LOVIISA-2.

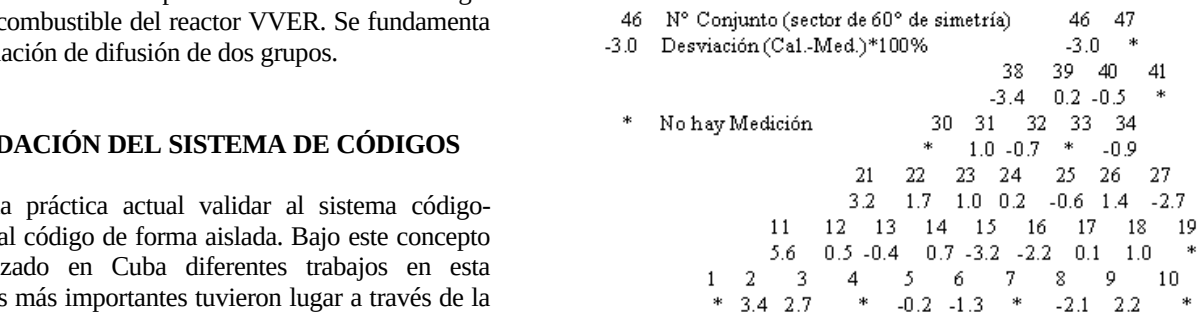

FIGURA 3. Desviaciones absolutas para BOC8 LOVIISA-2. SPPS-1.

La Fig. 4 muestra la comparación entre las distribuciones de potencia calculada con el simulador SPPS-1 y medida, para el comienzo del primer ciclo de Koslodoy 2.

Las tablas 2 y 3 muestran la dispersión (σ), y los valores máximos positivo (E+max.) y negativo (E-max.) de las desviaciones absolutas, de la comparación entre las distribuciones de potencia calculada con el SPPS-1 y medida, al inicio de los tres primeros ciclos de LOVIISA-1 y al inicio de los ciclos 8 y 11 de Loviisa 2 y 1 respectivamente.

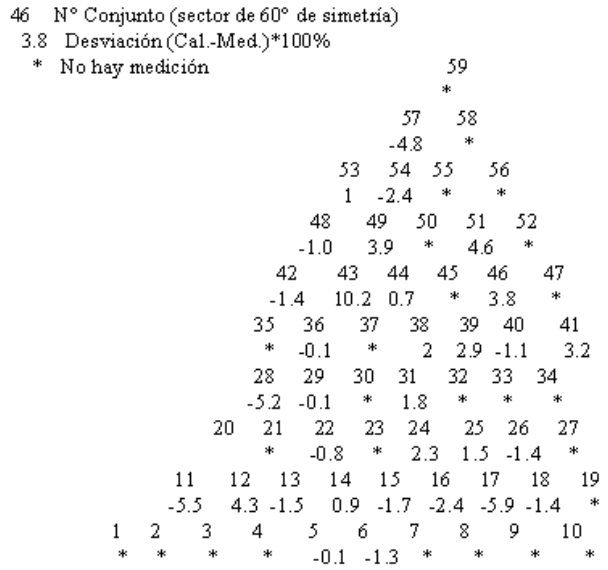

FIGURA 4. Desviaciones absolutas para BOC1 Koslodoy 2. SPPS-1.

TABLA 2. Dispersión y valores máximos de las desviaciones absolutas al inicio de los tres primeros ciclos de LOVIISA-1.

Estado del Reactor	σ[%]	E+max [%]	E-max [%]
BOC1	1.6	3.5	-3.6
BOC2	1.5	3.2	-3.3
BOC3	2.3	5.5	-3.5

TABLA 3. Dispersión y valores máximos de las desviaciones absolutas al inicio del ciclo 11 (Loviisa 1) y ciclo 8
(Loviisa 2).

Estado del Reactor	σ[%]	E+max [%]	E-max [%]
BOC11 (1)	2.2	7.9	-3.1
BOC8 (2)	1.8	5.6	-3.4

La Tabla 4 muestra los valores de la concentración crítica de boro calculada con el SPPS-1, y medida en el estado final a potencia de los tres primeros ciclos de LOVIISA-1.

TABLA 4 Concentración crítica de boro en el estado final a potencia de los tres primeros ciclos de LOVIISA-1.

Estado del Reactor	$CB^{crit,cal}$ [g/Kg]	$CB^{crit,med}$ [g/Kg]
EOC1	0.038	0.00
EOC2	0.048	0.00
EOC3	0.023	0.00

TABLA 5 Concentración crítica de ácido bórico al inicio del primer, tercer y onceno ciclos de LOVIISA-1.

Estado del Reactor	$CCH_3BO_3^{crit,cal}$ [g/Kg]	$CCH_3BO_3^{crit,med}$ [g/Kg]
BOC1	6.68	6.58
BOC3	9.68	9.38
BOC11	10.36	10.66

La tabla 5 muestra los valores de la concentración crítica de ácido bórico calculada con el SPPS-1 y medida a potencia cero al inicio del primer, tercer y onceno ciclos de LOVIISA-1.

La Tabla 6 muestra la comparación entre los valores de los coeficientes de reactividad por temperatura y potencia medidos en diferentes estados al inicio de LOVIISA-1 y los calculados con el simulador BIPR-5AK.

V. CONSIDERACIONES SOBRE LA GARANTÍA DE CALIDAD DEL SISTEMA DE CÓDIGOS.

El sistema de códigos empleado ha alcanzado un nivel adecuado de madurez, y se ha ido desarrollando en dependencia del nivel requerido de exactitud de los cálculos. Como resultado de su desarrollo han sido introducidos una serie de cambios tanto en los códigos como en la documentación, los cuales han sido adecuadamente registrados. Se han implementado procedimientos de control del paquete de códigos y su documentación, todos los componentes del sistema de códigos (fuentes, bibliotecas de constantes, documentación, etc.) tienen una única identificación, y se cuenta con los "Benchmark" requeridos para la validación y verificación de los códigos modificados. Los cambios introducidos tanto en los códigos como en la documentación, han sido registrados.

TABLA 6 Coeficientes de reactividad para diferentes estados del primer ciclo de LOVIISA-1.

T [FPD]	$C_{CH_3BO_3}$ $[\frac{g}{Kg}]$ **Error! Switch argument not specified.**	Potencia Térmica [Mwt]	Posición Barras de Regulac. [cm]	T_{H_2O} $[°C]$ **Error! Switch argument not specified.**	$\frac{dr}{dt}[\frac{\%}{°C}x10^3]$ **Error! Switch argument not specified.**		$\frac{dr}{dN}[\frac{\%}{Mwt}x10^3]$ **Error! Switch argument not specified.**	
					Medición	Cálculo	Medición	Cálculo
0.0	6.52	0.0	175.0	260*	-5.5	-5.1	--	--
0.0	6.03	0.0	80.0	260*	-10.5	-11.2	--	--
1.4	5.04	412.0	175.0	266**	-11.3	-10.0	-1.28	-1.32
5.3	4.39	687.0	175.0	272**	-12.1	-13.6	-1.16	-1.36
11.9	4.37	1031.0	167.0	275**	-12.9	-14.3	--	--
25.0	4.20	1306.0	200.0	264*	-17.1	-15.5	--	--
30.3	4.06	1278.0	175.0	279**	-16.5	-16.5	--	--

$C_{CH_3BO_3}$ **Error! Switch argument not specified.**: Concentración de ácido bórico.
*:Temperatura del agua a la entrada del núcleo.
**:Temperatura media del agua en el núcleo

.

Se dispone de una estructura consistente para desarrollar, instalar, mantener, y controlar los códigos en las computadoras. Los códigos fuentes se almacenan en localizaciones particulares e independientes de los módulos objetos y ejecutables. De igual forma, se localizan las bibliotecas de constantes, la entrada y salida de los códigos, y los resultados de la resolución de Benchmarks. Además, se han desarrollado procedimientos para compilar, "linkear", instalar, y ejecutar correctamente los códigos en la computadora.

Los procedimientos de trabajo establecidos con el sistema de códigos permite de forma ordenada la actualización de los códigos y bibliotecas por el personal competente e imposibilita la realización de cambios involuntarios o no autorizados en los mismos. Estos procedimientos están recogidos en el manual de garantía de calidad del laboratorio.

VI. CONSIDERACIONES SOBRE LA ORGANIZACIÓN DE LOS CÁLCULOS PARA LA CONFECCIÓN DEL INFORME PRELIMINAR DE SEGURIDAD.

Los cálculos de las características físico-neutrónicas (CFN) del núcleo para el Informe Preliminar de Seguridad serán elaborado atendiendo a las normas e indicaciones establecidas por El ÓRGANO REGULADOR cubano. Los cálculos que se presentarán resumirán todas las características básicas del núcleo, de forma tal que se alcancen los objetivos propuestos y se ofrezcan los indicadores básicos necesario para la elaboración de los demás aspectos del informe. (Características termohidraulicas, análisis de seguridad y aspectos de explotación).

Durante la elaboración de cada uno de los aspectos de los cálculos de las CFN del núcleo se seguirá un procedimiento que incluye la formulación de la condición o el limite examinado y la discusión de dicha condición desde el punto de vista físico-neutrónico y de seguridad.

Los objetivos de los cálculos de las CFN a incluir en la elaboración del IPS de los reactores VVER-440 son los siguientes :

- Comprobar el cumplimiento de las condiciones de seguridad nuclear y determinar exactamente la capacidad y funciones del núcleo, los sistemas de regulación del reactor ,etc.
- Determinar el diapasón y la dependencia de los parámetros investigados vinculados con los cálculos termohidraúlicos.
- Evaluación de la exactitud de las características determinadas.

Por las temáticas que se abordan, es posible subdividir estos aspectos en cuatro grupos generales de la siguiente forma:

1. **Observancia de la capacidad de trabajo del núcleo**. Se determinarán las características fundamentales (incluyendo los sistemas de regulación), el balance de

reactividad, longitud del trabajo de las cargas y el quemado del combustible.

2. **Comprobación de la imposibilidad de surgimiento de una reacción en cadena no controlable.** Se determinará la subcriticidad del núcleo en los estados determinados, los coeficientes de reactividad, los márgenes de parada.
3. **Investigación de las condiciones sobre los límites no permisibles de los parámetros de los elementos combustibles en los diferentes regímenes de operación**. Se investigará el cumplimiento de los límites de potencia (coeficientes de no uniformidad, potencia máxima de los conjuntos, carga térmica lineal), durante la operación estacionaria y los procesos transitorios.
4. **Análisis de las funciones de los sistemas de regulación.** Se determinarán las características diferenciales e integrales de las barras de control y la efectividad del ácido bórico.

Desde el punto de vista de la organización de los cálculos es posible dividir en 3 grupos las tareas a resolver:

1. **Cálculo de las campañas de trabajo del reactor**, significa calcular el quemado del combustible para las condiciones nominales de explotación. Con estos cálculos, se preparan los estados "básicos" del núcleo para los análisis posteriores. A partir de ellos se determinan los valores de quemado del combustible y las distribuciones de los flujos de neutrones y de las fuentes de fisión que se emplean en los cálculos de la fluencia neutrónica en la vasija del reactor.
2. **Determinación detallada de las características del núcleo en diferentes momentos de las campañas.** En general, se considera suficiente la realización de estos cálculos para el inicio, 100 FPD (Full Power Day) 200 FPD, al final de la campaña por boro y después de la extracción de las barras de control hasta la posición extrema superior para cada una de las cargas de combustible previstas en el diseño.
3. **Análisis de los procesos transitorios que ocurren después de una variación de la potencia**. Se evalúan los procesos transitorios relacionados con el envenenamiento por xenón y samario. Desde el punto de vista de la seguridad se le presta especial atención a la velocidad máxima de introducción de reactividad positiva por decaimiento del Xe-135 y el método de compensación con el absorbedor líquido para lo cual debe analizarse el proceso que ocurre después de la disminución de la potencia hasta cero en el transcurso del tiempo hasta que se alcance del envenenamiento máximo (aproximadamente 10 horas) y, después, el retorno instantantáneo a la potencia nominal. Se verifica también el cumplimiento de los límites de distribución de la potencia y las características de los coeficientes de reactividad durante los procesos transitorios que tienen lugar.

VII. CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos desde 1981 hasta la fecha en el cálculo global del reactor, han permitido crear capacidades para ejecutar trabajos con propósitos de licenciamiento. Los aspectos que fundamentalmente avalan estas capacidades son:

- La asimilación, formación y automatización de un paquete de códigos.
- El desarrollo de códigos para el cálculo del microcampo de la potencia, la preparación de bibliotecas de constantes parametrizadas, la ampliación de las posibilidades del cálculo estático tridimensional, creación de versiones de los códigos para PC, el pre y post-procesamiento de la información, etc.
- Los trabajos de validación y verificación del Sistema Código-Usuario.
- Los antecedentes de elaboración de trabajos similares.
- El intercambio con los autores de los códigos y experiencia de aplicación en la CEN KOZLODUY.

REFERENCIAS:

[1] Milián D., C García ,R. Quintero, et al. **Informe Final del Tema de Investigación: "Investigación de Parámetros de la Seguridad Nuclear y de la Optimización del Combustible Nuclear de los Reactores VVER-440 de la CEN Juraguá"**. 1989. Cuba. En español.

[2] Milián D., R. Quintero, et al. **Reporte sobre el Sistema de Programas del Centro de Tecnología Nuclear para Ejecutar los Cálculos Físicos del Diseño Nuclear y las Evaluaciones de Criticidad del Almacenamiento y Transportación del Combustible Nuclear Fresco e Irradiado de la Central Electronuclear de Juraguá**. Cuba. 1996. En español.

[3] Milián D. HEXAG-PC: **Código de dos dimensiones de red fina. Revista Nucleus (Fondo Nacional de Manuscritos de la ACC)**. 1993. En español.

[4] Milián D.,C García, R. Quintero, et al. **In-core fuel management code package validation for WWERs. IAEA-TECDOC-847**. 1995. En inglés.

[5] TEPLOELECTROPROYECT, **Proyecto Técnico de la CEN Juraguá**, Parte XI, Anexo 4 y Libro 2, Leningrado(1981).

[6] González A., López D., Milián D., Alvarez C., **PREWIMS-VVER a WIMS-D/4 input data preparation code for VVERs, Technical Committee Meeting on LWR Core Design Parameters**, Rez, Czech and Slovak Federal Republic(1991).

[7] PETKOV P., **Solución de la ecuación de la difusión de dos grupos en aproximación asintótica,** T.1 p.53, Grupo 2 CTI, Bulgaria(1986).

[8] PETKOV P., APOSTOLOV T., **Programa BIPR-5AK Manual del usuario KFKI ZR-6/535/1983**, Budapest(1983).

[9] KOJANOVSKAIA L. V., SUSLOV A. A., **Programa BIPR-7. Valoración de la exactitud sobre la base de la comparación con datos de puesta en marcha y explotación de los reactores VVER-440, KFKI-ZR-6-560/1988**,

[10] M Serradet. **Programa Nucleoenergetico Cubano. Seminario regional sobre información pública de Energía Nuclear**. Habana.1995

[11] D. Milian. L Turtos. **Evaluación del comportamiento del combustible nuclear en condiciones de operación normal. Anuario del Centro de Tecnologia Nuclear**. Cuba .1996.

[12] D. Milian y otros. **Métodos de calculo para el análisis de los accidentes de reactividad en los reactores VVER-440**. Anuario CTN.1996.

ABSTRACT

In this paper the most notable results obtained in Cuba, for the Juraguá Nuclear Power Plant (JNPP) in core fuel management, are shown.

The main characteristic of the codes used to solve the usual sequence of neutron-physical calculations, available in our code-library, are reported. The validation of the codes was based on estimations of their accuracy by mean of intercomparisson of calculated and WWER-440 NPP's operation data. A brief summary of the extensive calculations carried out for the elaboration of the JNPP Preliminary Safety Report is presented This report is one of the exigences determined by the Cuban Nuclear Agency, to release the General Permission for restart the works in the plant.